

РАЗРАБОТКА ГИБРИДНОЙ КОНСТРУКЦИИ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ИНЕРЦИОННЫМ УДЕРЖАНИЕМ

Я. Гударзи, Ю. Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

E-mail: Yasin1@tpu.ru

DEVELOPMENT OF A HYBRID DESIGN FOR AN INERTIAL CONFINEMENT FUSION REACTOR

Y. Goudarzi, Yu. B. Chertkov

National Research Tomsk Polytechnic University

Annotation. *This paper summarizes the results of research for developing a hybrid variant of a pure inertial confinement fusion reactor from the neutronic point of view. Various fertile fuels and tritium breeding ceramics were investigated to propose the best blanket configuration that meets the design criteria. The neutronic analysis was performed with the help of Monte Carlo Code MCNPX v2.6 and nuclear data library ENDF-VII and the results compared with the open literature.*

Несмотря на 2,9% темпов роста глобального потребления энергии в 2018 году и 2% ежегодных темпов роста выбросов углерода, доля атомной энергии в мировом производстве энергии существенно снизилась с 18% в 1988 году до 10% за 20 лет [1]. Этот резкий спад является результатом озабоченности общественности последствиями использования обычных реакторов для безопасности и окружающей среды. Гибридный термоядерно-делительный реактор, который определяется как реактор с термоядерной активной зоной, окруженной докритической blanket деления, может быть среднесрочным решением, с помощью которого могут быть уменьшены не только потребности в плазме будущих термоядерных реакторов, но и долгоживущие радиоактивные продукты реакторов деления могут быть сожжены. С другой стороны, гибридные реакторы должны производить тритий, необходимый им для производства термоядерного топлива, а также повышать энергоэффективность реактора за счет выработки энергии в докритическом blanketе за счет деления и экзотермических взаимодействий нейтронов и материалов blanketа.

В этом исследовании конфигурация blanketа термоядерного реактора PROMETHEUS [2] была модифицирована для размещения 10 рядов воспроизводящих топливных материалов. В системе защиты первой стенки реактора используется схема смачиваемой стенки, в которой жидкий свинец (Pb) протекает в каналах, сделанных из пористого карбида кремния, и образует 5-миллиметровую пленку жидкости на первой стенке реактора. Blanket исследуемого реактора представляет собой галечный слой, охлаждаемый гелием (HCPB), в котором SiC служит конструкционным материалом и замедлителем нейтронов, а газообразный гелий при 2,5 МПа является теплоносителем. Blanket толщиной 60 см разделен на три части: две зоны воспроизводства трития (ЗВТ) толщиной 15 и 37 см соответственно, и 12 см зона воспроизводства делящегося топлива (ЗВДТ), которая содержит 10 рядов сфер воспроизводящего топлива из урана с оболочкой из SiC, расположены в виде шестиугольной решетки с шагом 1,2 см. На рис. 1 показано поперечное сечение blanketа реактора.

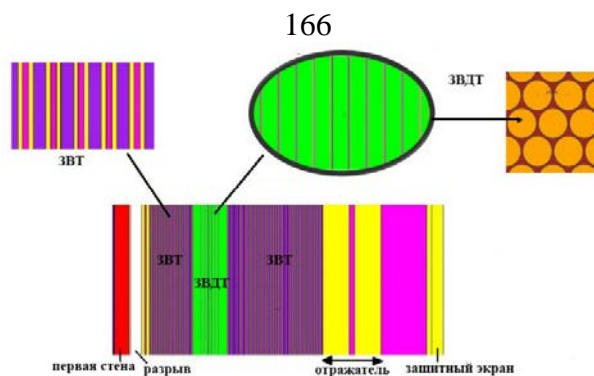


Рис. 1. Поперечный разрез blankets реактора

Используя две разные керамические литийсодержащие керамики, а именно Li_2O и Li_4SiO_4 , четыре воспроизводящих материала на основе урана с естественным изотопным составом, включая UC, UN, U_3Si_2 и UO_2 , и с помощью универсального кода Монте-Карло MCNPX 2.6 [3], нейтронно-физические характеристики blankets были исследованы для оценки влияния выбора материала на ключевые параметры, такие как оптимальное обогащение ^6Li , коэффициент воспроизводства трития (КБТ), который представляет собой сумму воспроизводства трития в ^6Li (Т6) и ^7Li (Т7), коэффициент воспроизводства делящегося топлива (КБДТ), утечка нейтронов (L), отношение захвата к делению (Γ) и коэффициент умножения энергии (M). Поскольку коэффициент умножения энергии исходного термоядерного реактора равен 1,14, гибридный вариант должен одновременно увеличивать коэффициент размножения энергии и соответствовать критерию самодостаточного коэффициента воспроизводства трития ($\text{КБТ} > 1,05$). В связи с тем, что плотность лития в керамике Li_2O выше, чем у Li_4SiO_4 , КБТ обычно выше в случае использования керамики Li_2O , но коэффициент умножения энергии выше, когда Li_4SiO_4 используется в качестве материала-размножителя трития. Оптимальный уровень обогащения ^6Li составил 25% для Li_2O и 50% для Li_4SiO_4 . В таблице 1 приведены результаты расчетов при оптимальном уровне обогащения ^6Li для каждого случая.

Таблица 1 – Выбранные результаты расчетов

генератор трития	Воспроизводящий материал	T6	T7	ЗВТ	КБДТ	Γ	M	L
Li_2O (25%)	U_3Si_2	1.131	0.080	1.211	0.103	2.448	1.965	0.02297
	UC	1.125	0.080	1.205	0.128	2.707	2.040	0.02137
	UN	1.109	0.079	1.189	0.130	2.727	2.037	0.02088
	UO_2	1.118	0.080	1.198	0.095	2.706	1.865	0.02154
Li_4SiO_4 (50%)	U_3Si_2	1.104	0.0264	1.131	0.11	2.327	2.038	0.03656
	UC	1.098	0.0263	1.124	0.137	2.587	2.12	0.03402
	UN	1.082	0.0261	1.108	0.139	2.611	2.117	0.0333
	UO_2	1.09	0.0265	1.116	0.101	2.578	1.922	0.03451

С учетом всех исследованных факторов и исходя из приоритета конечного пользователя предлагаются две оптимальные конфигурации. В гибридных реакторах первого поколения, в которых количество трития ограничено, большое значение воспроизводства трития имеет большое значение, и достаточно удовлетворительных значений других факторов. В этом случае предлагаемая конфигурация представляет собой Li_2O в качестве материала-размножителя трития с обогащением 25% и UC в качестве материала-размножителя делящегося топлива. Если желателен самый высокий коэффициент размножения и, следовательно, более высокая эффективность реактора с лучшими теплофизическими свойствами материалов, тогда Li_4SiO_4 с обогащением 50% и UC в качестве делящегося топлива. предлагается племенной материал. Результат этого исследования хорошо согласуется с аналогичной работой, выполненной с помощью детерминированного подхода, реализованного в коде SCALE 4.3 [4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. BP Statistical Review of World Energy. – Pureprint Group Limited, UK, 2019
2. Waganer, L M, Driemeyer, D. E. and Lee, V. D. Inertial fusion energy reactor design studies: Prometheus-L&Prometheus-H. s.l.: McDonnell Douglas Company Report, 1992, MDC 92E0008/DOE/ER-54101.
3. Hendricks, J. S., McKinney, G. W. and Fensin, Michael L. MCNPX 2.6.0 Extensions, Los Alamos National Laboratory report, 2008, LA-UR-08-2216.
4. Yapıcı H, Übeyli M, Yalçın, S., Neutronic analysis of PROMETHEUS reactor fueled with various compounds of thorium and uranium// Annals of Nuclear Energy. – 2002. – vol. 29. – P. 1871–188.

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

Ю. Б. Чертков, Т. Т. Элзаят

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

E-mail: elzayattarek@yahoo.com

INVESTIGATION OF OPERATING REGIMES OF A NUCLEAR REACTOR WITH SPECTRAL SHIFT CONTROL TO INCREASE THE FUEL BURNUP.

Y.B. Chertkov, T.T. Elzayat

National Research Tomsk Polytechnic University

Annotation. *The SSCR reactor is a pressurized water reactor that controlled with spectral shift control, by using variable concentrations of heavy water / light water to control reactivity. In the presence of heavy water in the reactor coolant, the neutron population moves to higher energy levels and remains longer at resonant energies, so that excess neutrons are mainly absorbed in the fertile material, rather than in the control poison. This means that during an SSCR operation, more fissile material is produced and burned on-site than in a conventional PWR.*

В связи с сокращением запасов урана все большее значение придается эффективному использованию уранового топлива в ядерных реакторах. Проводимая во всем мире политика затягивания разработки реактора-размножителя на быстрых нейтронах еще больше подчеркивает необходимость улучшения топливных характеристик обычных легководных реакторов. Если рост ядерной промышленности ограничивается обычными легководными реакторами, то генерирующая мощность, обеспечиваемая ядерной энергетикой, может быть ограничена количеством, которое является менее желательным для удовлетворения прогнозируемого спроса на нагрузку.

Однако несколько реакторных систем, включая реактор на тяжелой воде, реактор-размножитель легкой воды (LWBR) и реактор со спектральным регулированием (SSCR), являются жизнеспособными альтернативами, которые могут внести значительный вклад в сохранение ресурсов урана и тем самым увеличить потенциальную ядерную генерирующую мощность. Как реактор на тяжелой воде, так и реактор-размножитель на легкой воде потребовали бы существенной разработки и/или модификации обычного реактора на воде под давлением (PWR), что снизило бы вероятность его развития в ближайшей перспективе. Кроме того, LWBR требует больших первоначальных запасов, и поэтому его вклад в сохранение ресурсов будет только в долгосрочной перспективе [1].

Напротив, SSCR в полной мере использует технологию и компоненты PWR и, следовательно, обладает наибольшим потенциалом для успешного применения. Реактор, контролируемый со спектральным регулированием, использует переменные